

共分散核データを起源とする BWR 炉心特性不確かさ評価システムの整備

(1) 格子計算部

Establishment of an uncertainty estimation system for BWR core characteristics due to nuclear data covariance

(1) Lattice calculation part

*池原 正¹, 山名 哲平¹, 金子 浩久¹, 東條 匡志¹

¹GNF-J

GNF-J BWR 炉心設計コードシステム LANCR-AETNA に核データ不確かさが燃料・炉心核特性にもたらす影響をランダムサンプリング法により評価する不確かさ評価機能を整備した。本システムの結果を、別法である摂動法、即ち MCNP6.1 を核データ摂動に対する感度係数ソルバーとして実効増倍率に関する不確かさを計算する SUAMN システムと比較すると共に、共分散データの選定の影響について検討した。

キーワード：BWR, 共分散, ランダムサンプリング法, 感度解析, LANCR, SUAMN, MCNP6.1

1. 緒言

燃料・炉心核特性評価における核データ不確かさ評価方法として、核データ摂動に関する感度係数を用いる摂動法に対し、ランダムサンプリング法 (RS 法) が知られる[1]。この RS 法に基づく核データ不確かさ評価機能を LANCR-AETNA システム[2]上に整備した。本報では、(1)格子計算 LANCR 部の RS 法機能に関し、結果を既報の摂動法 (PT 法) システム SUAMN[3]と比較しその特性を把握すると共に、(2)共分散データの選定の影響、(3)燃焼過程での FP 共分散データの寄与、について評価した。

2. 方法

本システムでは NJOY で処理した多種バージョンの共分散マトリックスを SCALE の COVERX 形式で格納する (図 1)。利点は、共分散データの各反応単位での合成処理の簡便性、SCALE/TSUNAMI や SUAMN との共分散データの共用化にある。本研究では共分散データ源として、アクチノイド核種に J4.0, FP 核種に B7.1 (但し、Pu240 は NJOY の結果から判断し B7.1)を採用した (“標準 COV”と呼ぶ)。また “標準 COV” から FP を除いた “ACT COV” も生成した。

典型的な BWR 9×9 ウラン燃料 (濃縮度 4.4wt%/Gd 棒 12 本) の燃焼計算 (40%ボイド率) に試行数 100 回の RS 法計算を実施した (図 2)。燃焼計算も含めた通常の RS 法 “RS (燃)” と、各燃焼度点での中性子束計算部のみの瞬時の RS 法 “RS (瞬)” の 2 種類を実施し、(1)燃焼伝播効果の評価、また PT 法システムには燃焼機能がないので、(2)PT 法との比較は RS 法 “RS (瞬)” との比較で評価した。更に(3)FP 共分散の寄与を “標準 COV” と “ACT COV” 間で、SCALE6.1 の “SCALE COV” も合わせて評価した。

3. 結果

(1)の不確かさの燃焼伝播効果は、橙色と黒線の結果から両者の関係に一律増幅や減幅といった系統性は見られない。(2)RS 法と PT 法の差は橙色と青線の結果から、PT 法の結果は不確かさを 20%程度過小評価した。(3)FP 共分散の効果は、RS 法に対し PT 法が過大に見積もる傾向がある。PT 法によれば、不確かさの主要因は Gd-157 と H-1 の(n,g)と特定された。“標準 COV” の特性は、“SCALE COV” に対し不確かさを過小側に評価するものの不確かさの燃焼挙動は相似的であり健全と考えられる。

参考文献

[1] A.Yamamoto, et.al., NSE,181 (2015), [2] GNF-J 炉心核熱水力特性解析システム GLR-005

[3] 池原,他,日本原子力学会年春の年会,J39 (2015)

*Tadashi Ikehara¹, Teppei Yamana¹, Hirohisa Kaneko¹, Masayuki Tojo¹

¹GNF-J

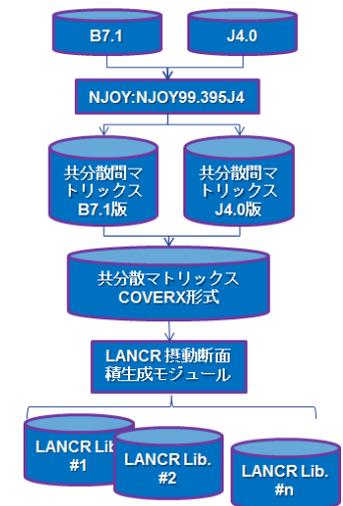


図 1 摂動断面積ライブラリ処理手順

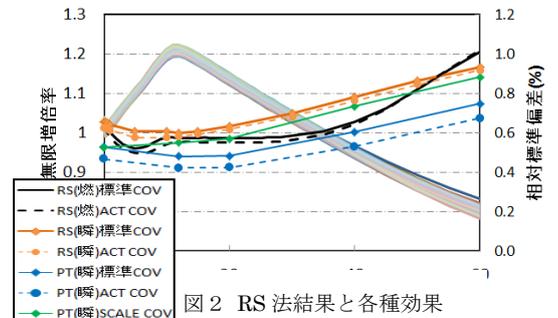


図 2 RS 法結果と各種効果